

プール型試験研究炉の設計基準を超える事故の解析 その2 炉内の多次元熱水力挙動の検討

Analysis on beyond-design basis accident for a pool-type research reactor

(2) Effects of multi-dimensional thermal-hydraulic behavior in the core

*津村 貴史¹, 平根 伸彦¹, 中塚 亨¹, 与能本 泰介¹

¹ 日本原子力研究開発機構

抄録 等級別扱いの考え方にに基づき試験研究炉の安全を合理的に確保するためには、潜在的な危険性を把握することが重要である。この検討のために、JRR-3 を対象とし設計基準事故を超える事故条件での解析を進めている。本報告では、核熱結合効果を含む炉心内熱水力特性をより詳細に検討した。

キーワード： pool-type reactor, graded approach, beyond-design basis accident, scram failure, RELAP5, MVP

1. 緒言

高出力試験研究炉(10MW 以上)の適切な等級別扱い (graded approach) のためには、その潜在的危険性を明確にすることが望まれる^[1]。この検討のために、JRR-3 を対象として設計基準事故を大きく超える事故時(冷却材流量喪失時の炉停止失敗)における炉心伝熱挙動の解析を進めており、前回、その第一段階として RELAP5 の伝熱モデルの板状燃料に対する適用性等について報告した^[2]。今回、炉心内熱水力挙動をより詳細に評価するとともに、集中定数近似に基づく核熱結合解析の妥当性を評価する方法を検討した。

2. 検討内容

前回は、JRR-3 炉心部の燃料領域を高出力チャンネルとそれ以外のチャンネルの計2チャンネル、照射孔等の非加熱流路をバイパス流路で模擬し、事故時の燃料表面の温度変化の傾向を示したが、今回、燃料領域を径方向出力ピーキングに応じて5チャンネルに分割し、定格出力 20MW 時の自然循環挙動を解析した(図1参照)。また、中性子輸送計算コード MVP を用いて核熱結合効果の評価方法を検討した。

3. 結果

核熱結合効果を考慮しない場合の自然循環時の被覆管表面温度の評価結果を図2に示す。表面温度は自然循環冷却に移行後、第1チャンネル以外は冷却水の飽和温度である約 120°Cを境界とした周期的な振動挙動を示し、一部で燃料破損のしきい温度の約 400°C(ブリスタ発生温度)を上回るものの被覆材の融点を下回った。

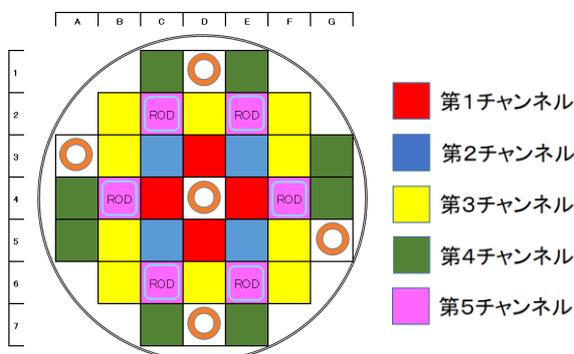


図1 燃料領域のチャンネル分割図

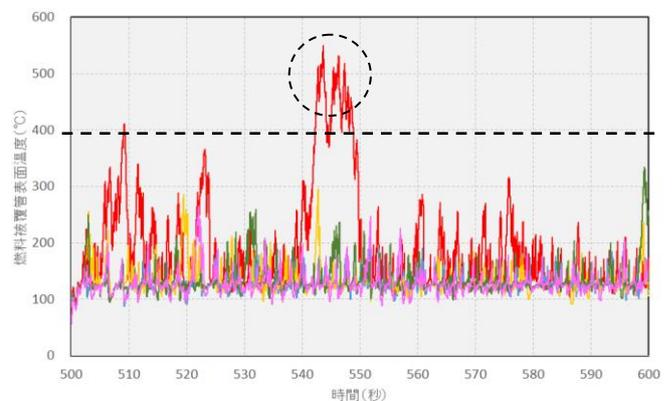


図2 燃料被覆管表面温度の変化

4. 結論

解析の結果は、流量喪失時に炉停止が失敗する極めて過酷な事故条件において、JRR-3 が有する固有の安全特性により、全炉心が溶融することは無く冷却可能な形状を維持する可能性を示している。

参考文献 [1] 与能本ら、2019年春の年会、1N10, [2]津村ら、2019年秋の大会、2J22

* Takashi Tsumura¹, Nobuhiko Hirane¹, Toru Nakatsuka¹ and Taisuke Yonomoto¹ ¹Japan Atomic Energy Agency